УДК 621.039

АТОМНАЯ ТЕПЛОЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ С РЕАКТОРОМ ВБЭР-300. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТЭЦ

В.В. Новиков, Д.Ю. Юрков, А.К. Поляков

Опытное конструкторское бюро машиностроения. г. Нижний Новгород
E-mail: okbm@okbm.nnov.ru

Дается описание реакторной установки ВБЭР-300, разработанной для использования в составе атомных теплоэлектростанций. Приводятся основные технические характеристики реакторных установок, решения, направленные на повышение безопасности установки, описание пассивных систем безопасности, принцип их действия.

Введение

С каждым годом обостряется проблема теплоэлектроснабжения крупных промышленных регионов и городов России, таких как, Нижний Новгород, Архангельск, Воронеж, Томская область и др. Состояние энергетики и экономики этих регионов требует создания надежных и экологически чистых энергоисточников электрической мощностью 400...500 МВт с возможностью отпуска тепла до 800...1000 Гкал/час, непродолжительным сроком реализации и привлекательными для инвестиций технико-экономическими показателями.

Только в Европейской части страны имеются несколько десятков площадок, перспективных для размещения энергоблоков средней мощности [1].

До 40 % топливно-энергетических ресурсов страны расходуется на теплоснабжение. Подавляющая доля тепла в промышленных масштабах производится теплоэлектроцентралями (ТЭЦ). Сопоставление расчетных тарифов на тепловую и электрическую энергию, которую могут производить атомные энергоисточники с тарифами на тепло и электроэнергию, производимые на ТЭЦ, показывает возможность замещения энергоисточников на органическом топливе атомными теплоэлектроцентралями (АТЭЦ), обеспечивающими комбинированную выработку тепла и электроэнергии.

Учитывая специфический уровень мощности, характерной для ТЭЦ на органическом топливе – 300...600 МВт (эл.), предлагаемая в данной работе атомная теплоэлектроцентраль в составе двух энергоблоков с реакторными установками ВБЭР-300 проектируется на установленную электрическую мощность 590 МВт, тепловую – 920 Гкал/ч.

Основные технические решения

В энергоблоке АТЭЦ применена двухконтурная блочная реакторная установка ВБЭР-300 тепловой мощностью 850 МВт, разработанная на базе судовых водо-водяных установок, успешно эксплуатирующихся на кораблях и судах атомного флота России.

Основные характеристики энергоблока АТЭЦ с реакторной установкой ВБЭР-300:

Тепловая мощность, МВт 850
Электрическая мощность в конденсационном режиме, МВт 295
Параметры перегретого пара за парогенератором:
– давление, МПа 6,38
– температура, °С 305
Теплофикационный режим:
– электрическая мощность, МВт, не менее ..200
– отпуск тепла, Гкал/ч 460
Срок службы, лет 60

Реакторный блок ВБЭР-300 (рис. 1) включает следующие основные сборочные единицы: реактор, активную зону, прямоточные парогенераторы, главные циркуляционные насосы, приводы системы управления защитой.

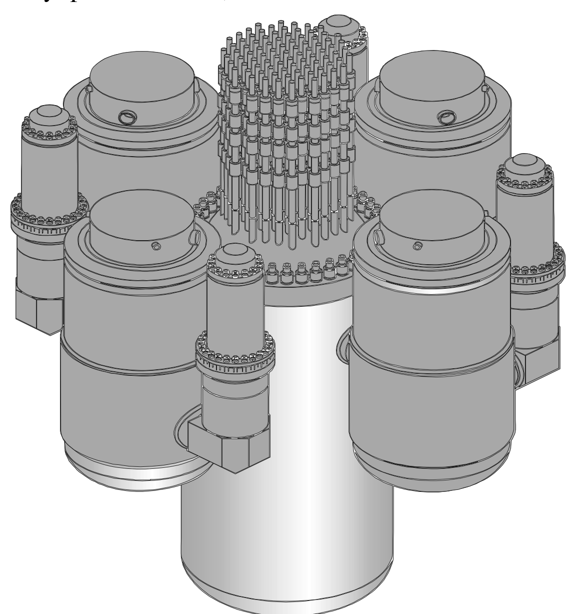


Рис. 1. *Реакторный блок ВБЭР-300*

Блочная компоновка реакторного блока позволяет минимизировать строительные объемы реакторного отделения и соответственно снизить удельные **капитальные** вложения, исключает главные циркуляционные трубопроводы, а вместе с ними и класс больших и средних течей.

Основное оборудование реакторной установки разработано на основе серийно изготавливаемого и подтвержденного опытом эксплуатации оборудования судовых ядерных паропроизводящих установок.

Безотказная наработка оборудования превысила 150 тыс. ч.

В проекте использованы высоконадежные системы ядерной судовой энергетики и современных АЭС, в т.ч. **системы безопасности пассивного принципа действия** для аварийной защиты, отвода остаточных тепловыделений, аварийного охлаждения активной зоны и локализации.

Обеспечение безопасности АТЭЦ

Обеспечение безопасности АТЭЦ с блочной реакторной установкой ВБЭР-300 основано на:

- требованиях федеральных законов, норм и правил по безопасности для атомных станций;
- принципах безопасности, выработанных мировым сообществом и закрепленных в руководствах по безопасности МАГАТЭ;
- требованиях отечественных и зарубежных эксплуатирующих организаций к усовершенствованным ядерным установкам;
- использовании комплекса проверенных технических решений, в процессе создания и эксплуатации нескольких сотен блочных реакторных установок для судов и кораблей, общий срок службы которых превышает 6000 реакторо-лет и решений, апробированных и подтвержденных опытом эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000;
- свойствах внутренней самозащищенности реактора и пассивных системах безопасности;
- использовании верифицированных и аттестованных расчетных программ;
- опыте разработки реакторных установок нового поколения повышенной безопасности (АСТ-500 и др.).

Основными критериями безопасности, с учетом требований, предъявляемых со стороны реакторной установки к системам энергоблока, являются дозы облучения персонала АТЭЦ и населения в районе ее размещения при нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях. Для населения устанавливаются следующие требования при:

- нормальной эксплуатации эффективная доза облучения не превышает 20 мкЗв/год, из них за счет газоаэрозольных выбросов – не более 10 мкЗв/год;
- проектных авариях на границе санитарно-защитной зоны не превышены эффективная доза 5 мЗв и доза на отдельные органы 50 мЗв. Санитарно-защитная зона ограничена площадкой АТЭЦ;
- запроектных авариях эффективная доза 5 мЗв и доза на отдельные органы 50 мЗв не превышены на границе зоны планирования защитных мероприятий, что, в соответствии с НРБ 99, исключает необходимость проведения мероприятий по защите населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий (вне этой зоны могут устанавливаться временные ограничения на потребление отдельных сельскохозяйственных продуктов местного производства). Граница зоны планирования защитных мероприятий удалена от границы площадки не более чем на 1 км.

Выполнение критериев радиационной безопасности в режимах нормальной эксплуатации обеспечивается непревышением устанавливаемых проектных пределов, ограничивающих уровни активности технологических сред и уровни излучения в помещениях.

Вероятность тяжелой запроектной аварии не превышает 10^{-7} на реактор в год. В постулированной тяжелой аварии обеспечено удержание поврежденных элементов активной зоны в пределах корпуса реактора.

Выполнение критериев безопасности обеспечивается за счет последовательной реализации принципа глубокоэшелонированной защиты.

Указанный принцип включает стратегию предотвращения аварий и ограничения их последствий и предусматривает применение системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Надежность границ первого контура, предотвращение его разгерметизации, обеспечивается благодаря блочному исполнению компоновки основного оборудования: реактора, парогенератора, герметичных циркуляционных насосов первого контура. Корпуса оборудования соединяются между собой при помощи коротких патрубков, без протяженных трубопроводов.

Надежность удержания радиоактивной среды при межконтурных течах из реактора обеспечивается быстродействующей локализующей арматурой, установленной на системах первого, трубопроводах второго и промежуточного контуров.

Надежность предотвращения выхода радиоактивных продуктов из первого контура в контур сетевой воды, связывающей АТЭЦ с потребителями тепла, обеспечена:

- использованием промежуточного контура (второй контур) в цепи передачи тепла от реактора к потребителю;
- герметичностью теплообменных поверхностей (2 барьера), разделяющих первый контур и контур сетевой воды;
- барьером по давлению со стороны контура сетевой воды по отношению к греющей среде второго контура;
- надежность удержания радиоактивных продуктов в пределах герметичного ограждения обеспечена:
- разделением функций по восприятию внешних природных и техногенных, и внутренних аварийных воздействий внешней и внутренней защитными оболочками;
- поддержанием разрежения в межоболочечном пространстве при нормальной эксплуатации, очисткой вентилируемого воздуха на фильтрах;

– пассивными системами, ограничивающими аварийные параметры среды внутри защитной оболочки при разгерметизации первого или второго контуров.

Сохранение эффективности защитных барьеров в аварийных условиях достигается главным образом за счет свойств внутренней самозащищенности реактора на основе отрицательных обратных связей, аккумулирующей способности первого контура, исключения класса аварий с большими и средними течами, а также использования пассивных систем безопасности.

Принципиальное значение в проекте реакторной установки ВБЭР-300 отводится обеспечению внутренней самозащищенности установки, направленной на самоограничение энерговыделения и самоглушение реактора, ограничение давления и температуры теплоносителя первого контура, скорости разогрева, масштабов разгерметизации первого контура и темпа истечения, масштабов повреждения топлива, сохранение целостности корпуса реактора в тяжелых авариях. Указанные свойства обуславливаются техническими решениями "пассивного" реактора, устойчивого к всевозможным возмущениям, в том числе к ошибкам персонала и действиям диверсионного характера и связаны с:

– отрицательными коэффициентами реактивности по температуре топлива и теплоносителя, по удельному объему теплоносителя, а также отрицательными паровым и интегральным мощностным коэффициентами реактивности;
– сниженной энергонапряженностью активной зоны по сравнению с судовыми ректорами и реакторами типа ВВЭР-1000 (менее 70 кВт/л);
– устойчивой естественной циркуляцией по всем контурам, для обеспечения теплоотвода от остановленного реактора;
– подключением большей части трубопроводов первого контура к "горячим" участкам с расположением патрубков на корпусе реакторного блока выше активной зоны, что определяет быстрый переход к паровому истечению.

Использование основных пассивных систем безопасности

1. Система аварийного охлаждения с гидроаккумуляторами и гидроемкостями

Система аварийного охлаждения с гидроаккумуляторами и гидроемкостями (пассивная САОЗ), рис. 2, относится к защитным системам безопасности и состоит из трех каналов.

Каждый канал системы аварийного охлаждения активной зоны подключен к одному парогенератору. Подключение первой и второй ступени осуществляется с помощью двойной параллельной невозвратно-запорной арматуры с пневмоприводами. Подключение третьей ступени – с помощью двойной невозвратно-запорной арматуры с пневмоприводами. Предусмотрена возможность управления арматурой системы с БПУ и РПУ.

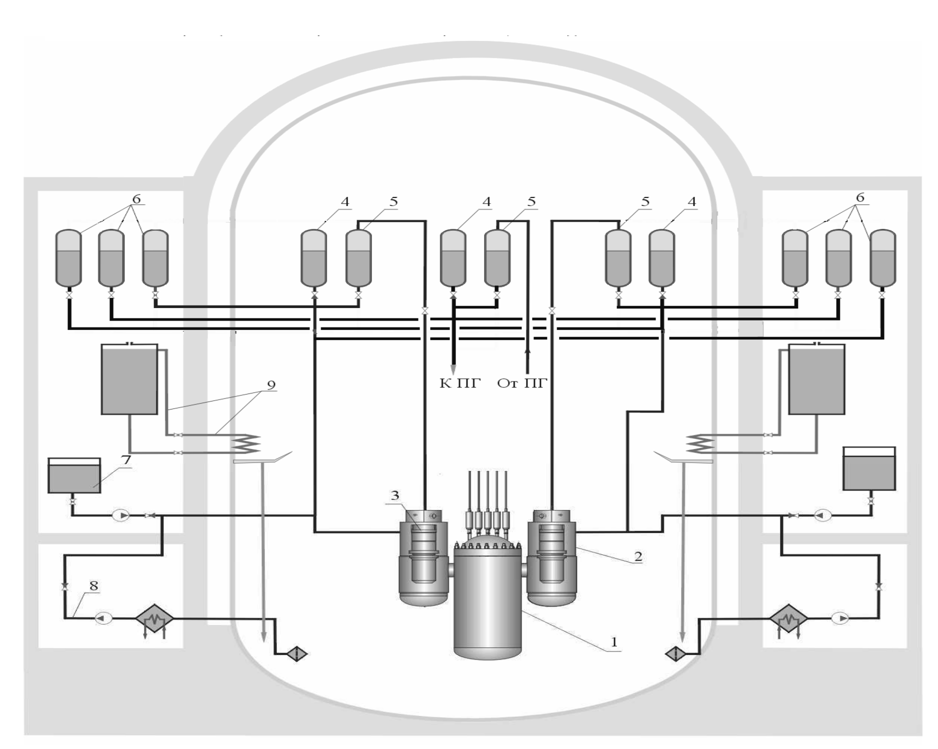


Рис. 2. Принципиальная схема САОЗ реакторной установки ВБЭР-300: 1) реактор, 2) парогенератор; 3) главный циркуляционный насос, 4) гидроаккумулятор первой ступени системы аварийного охлаждения активной зоны, 5) гидроемкость второй ступени системы аварийного охлаждения активной зоны, 6) гидроаккумулятор третьей ступени системы аварийного охлаждения активной зоны, 7) система подпитки первого контура, 8) система рециркуляции, 9) система снижения давления в защитной оболочке

Гидроаккумуляторы первой и гидроемкости второй ступени расположены внутри защитного ограждения. Гидроаккумуляторы третьей ступени расположены за защитным ограждением в помещениях систем безопасности, по три гидроаккумулятора с каждой стороны от защитного ограждения.

Рабочая среда в гидроаккумуляторах и гидроемкостях системы аварийного охлаждения активной зоны – вода с содержанием борной кислоты 16,0 г/кг.

Гидроемкость второй ступени имеет запас воды 32 т. Гидроемкости второй ступени подключаются к парогенераторам двумя ветками – одна для подачи воды, вторая для выравнивания давления, – обеспечивая подачу воды в парогенераторы самотеком за счет превышения уровня в гидроемкостях.

Запас воды в гидроаккумуляторах первой и гидроемкостях второй ступеней двух каналов (с учетом отказа одного канала) обеспечивает подпитку реактора теплоносителем в течение не менее 24 ч. Общий запас воды в системе (с учетом отказа одного канала) – не менее чем на 72 ч.

2. Пассивная система аварийного отвода тепла

Пассивная система аварийного отвода тепла (рис. 3) предназначена для отвода остаточных тепловыделений от реактора в случае, когда невозможно расхолаживание реактора через системы паротурбинной установки или систему очистки и расхолаживания первого контура.

Система относится к защитным системам безопасности и состоит из двух каналов, каждый из которых делится в свою очередь на две петли теплообмена. Каждая петля теплообмена подключается к парогенератору по питательной воде и по пару. Оборудование каналов размещено в отдельных независимых помещениях. В системе реализован пассивный принцип функционирования.

Каждый блок теплообменников представляет собой бак с запасом воды с размещенными в нем двумя теплообменниками.

Система аварийного отвода тепла подключается к трубопроводам пара до запорной арматуры и питательной воды между двойной запорной арматурой каждого парогенератора.

На трубопроводе подачи пара к теплообменникам установлена локализующая арматура, отключающая систему аварийного отвода тепла, в случае разгерметизации трубной поверхности парогенератора.

Параллельно к теплообменнику подключена емкость с запасом воды для парогенераторов.

Ввод системы аварийного отвода тепла в действие производится открытием подключающей арматуры, установленной на трубопроводах слива воды из теплообменников и закрытием пневмоприводной арматуры на трубопроводах питательной воды и пара. При этом вода из системы начинает поступать в парогенераторы, где испаряется, охлаждая теплоноситель первого контура. Пар возвращается в теплообменники, где конденсируется, отдавая тепло воде, находящейся в баке блока теплообменников, которая испаряется, и сбрасывается в атмосферу.

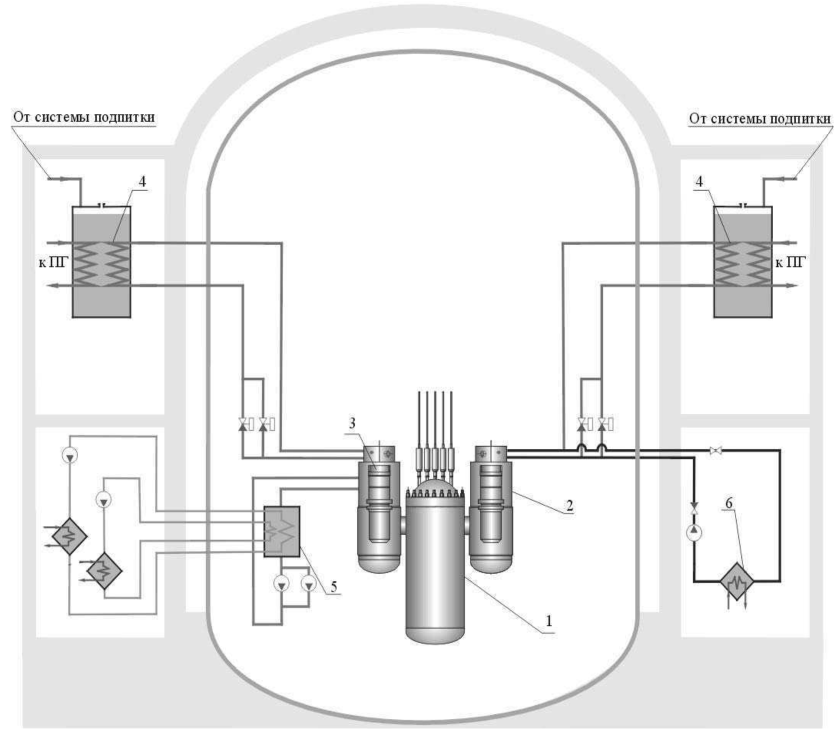


Рис. 3. *Принципиальная схема системы аварийного отвода тепла от реактора ВБЭР-300: 1) реактор; 2) парогенератор; 3) главный циркуляционный насос; 4) система пассивного отвода тепла; 5) система расхолаживания через теплообменник системы очистки первого контура; 6) система расхолаживания через технологический конденсатор второго контура*

Запас воды в одном канале системы аварийного отвода тепла обеспечивает отвод остаточных тепловыделений в течение не менее 24 ч, общий запас воды в системе обеспечивает отвод остаточных тепловыделений в течение не менее 72 ч.

В качестве подключающей арматуры системы аварийного отвода тепла и отключения парогенераторов по пару и питательной воде применены клапаны с пневмоприводом, для которых кроме управления системой автоматики предусмотрено срабатывание от гидроуправляемых пневмораспределителей при повышении давления в реакторе.

Для приведения пневмоприводной арматуры в действие производится обесточивание электромагнитных пневмораспределителей, после чего происходит перекладка пневмораспределителей, отключение пневмопривода от системы сжатого воздуха, сообщение его с атмосферой и перекладка арматуры.

Заключение

1. Проект АТЭЦ на базе реакторной остановки ВБЭР-300 обладает высокими показателями безопасности и устойчивости к аварийным факторам.
2. Необходимо отметить, что с точки зрения безопасности, предлагаемый реактор ВБЭР-300 отвечает всем российским и международным требованиям, а также рекомендациям МАГАТЭ.
3. Существующая научно-техническая база и многолетний опыт проектирования, изготовления обоснования проектов и эксплуатации судовых ядерных установок, опыт разработки проекта реактора АСТ-500 является достаточной основой для реализации проектов АС с ВБЭР-300 без масштабных НИОКР, технические риски исключены. Реакторная установка ВБЭР-300 может быть использована как базовая для "атомной" теплофикации десятков городов России.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. «Атомная теплоэлектроцентраль с реакторной установкой ВБЭР-300 на основе технологий судовых реакторов. Технико-коммерческое предложение. ОКБМ, НИАЭП, РНЦ «Курчатовский институт», ОКБ Машиностроения, Нижний Новгород, 2002.
2. Antonovsky G.M. e.a. PWR-type reactors developed by OKBM // Nuclear News. – 2002. – № 3. – P. 33–37.